

JAERI-M

6 6 6 7

OWL-2 炉内管のサーベランステスト

1976年8月

清水正亜*・伊藤昇

この報告書は、日本原子力研究所がJAERI-Mレポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

OWL-2 炉内管のサーベランステスト

日本原子力研究所大洗研究所
材料試験炉部

清水 正亜*・伊藤 昇

(1976年7月19日受理)

本報告書ではOWL-2炉内管のJMTRにおけるサーベランステスト結果とこれに基づいたOWL-2炉内管の使用寿命の検討結果について述べた。本サーベランステストでの最大速中性子照射量(1 Mev以上)は $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ まで得られ、照射量の増加と共に炉内管材(SUS 316)の引張強度は増大し、伸びは減少した。しかし伸びの減少は照射量 $1 \times 10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の範囲ではわずかであり、しかも最大速中性子照射量 $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ においてもOWL-2最高使用温度285℃において33%も残存していることが判明した。この伸び量は金属学的所見、OWL-2の使用条件等からみて余裕のある値であり、OWL-2炉内管は十分な安全性を確保して速中性子照射量 $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ まで使用可能であるとの結論を得た。

*) 現在: 日本原子力研究所東海研究所大型トカマク開発部

Surveillance Test of OWL-2 Inpile Tube

Masatsugu SHIMIZU⁺ and Noboru ITOH

Division of JMTR Project, Oarai, JAERI

(Received July 19, 1976)

A series of irradiation surveillance tests performed in integrity evaluation of an inpile tube for the test loop OWL-2 are described. Specimens were exposed to the neutron fluences from 1×10^{20} to 3.4×10^{21} n/cm² (>1 MeV), and subjected to post-irradiation tensile test at room temperature and service temperature 285 °C. The strength increased and the ductility decreased with increasing neutron fluence. The reduction in fracture ductility due to neutron irradiation in the fluence range was insignificant, and the elongation of 33% was retained even for the maximum neutron fluence at 285 °C. Little decrease of the ductility with fluence indicates that the tube would be in service for long time, ie to the integral fluence of 3.4×10^{21} n/cm².

+ Present address: Division of Large Tokamak Development,
Tokai, JAERI

目 次

1	まえがき	1
2	JMTRにおけるサーベランテスト	2
2.1	目 的	2
2.2	方 法	3
2.3	試験試料	3
2.3.1	供試材	3
2.3.2	試験片	3
2.4	照射条件	5
2.4.1	試料装荷	5
2.4.2	照射孔および照射サイクル	5
2.4.3	照射温度	5
2.4.4	非照射比較材	6
2.5	照射後試験結果	6
3	サーベランテスト結果の考察	17
4	結 論	31
5	あとがき	31
	謝 辞	33
	参考文献	33

1 ま え が き

OWL-2はJMTRに設置した第2号インパイル水ループで、その炉内管はJMTRの第11サイクル終了後（昭和46年9月）、炉心に挿入された。

OWL-2炉内管は、耐圧管と外套管の二重管構造になっており、最高使用条件は圧力 $73\frac{\text{Kg}}{\text{cm}^2}\text{G}$ 温度 285°C である。また炉心部の耐圧管は内径 $117.8\text{mm}\phi$ 、肉厚 4.8mm 、材質SUS316からできている。

OWL-2を設置した当時は、速中性子（ $>1\text{Mev}$ ）の照射限界量を $1 \times 10^{21}\frac{\text{n}}{\text{cm}}$ と定めたが、サーベランステスト結果および海外のデータ等から、さらに高い照射量でも材料の劣化しないことが確認されたときは、再度検討することにしてきた。

これらのことからOWL-2の炉内管については当初からサーベランステストを計画し、炉内管据付けと同時に試験片を炉心（速中性子束が炉内管挿入位置より約10倍高い位置）に装荷した。これらを定期的に取り出し、今回一連の試験が終了し、その結果をまとめた。

このサーベランステストの最大速中性子照射量（ $>1\text{Mev}$ ）は $3.4 \times 10^{21}\frac{\text{n}}{\text{cm}}$ まで達成され、この最大値においてもOWL-2炉内管材には 285°C での引張伸びは33%、最大引張強さは $60\frac{\text{Kg}}{\text{mm}^2}$ 、降伏強さは $54\frac{\text{Kg}}{\text{mm}^2}$ の性能が確保されているのが明らかとなった。

また海外においても速中性子照射量で $10^{22}\frac{\text{n}}{\text{cm}}$ を越えた照射がなされており、たとえばSUS347の $3 \times 10^{22}\frac{\text{n}}{\text{cm}}$ 照射で伸びが35%（ 25°C ）、15%（ 315°C ）も保たれているという例もある。またETRのループ炉内管はSUS347で $7.2 \times 10^{21}\frac{\text{n}}{\text{cm}}$ （ 371°C ）照射された後、取り出されて試験が行われたが引張伸びは10.3%あったという報告もある。

これらの検討結果からOWL-2炉内管の使用を本サーベランステストにおける最大速中性子照射量の $3.4 \times 10^{21}\frac{\text{n}}{\text{cm}}$ まで十分延長できるとの確信を得たのでここに報告する。

なおこれ以後についてはさらにサーベランステストを継続し、また海外の情報を参考にしてOWL-2炉内管の使用限界を検討する予定である。

2 J M T Rにおけるサーベランステスト

2.1 目 的

前項で述べたようにO W L - 2 炉内管を設置した当時はステンレス鋼に関する高照射量のデータが不足していたため、O W L - 2 炉内管の使用寿命は一応速中性子照射量で $1 \times 10^{21} \text{ n/cm}$ と定められた。しかしながらこの値は金属学的所見等から保守的なものであると考えられ、この寿命の検討を行なうために当初からJ M T R においてサーベランステストが計画された。

金属材料は中性子照射により損傷を受けるが、その損傷の形態は照射温度、材料の種類によって異なる。^{1), 2)}

低温領域では、

- ① 無延性遷移温度 (N D T) の上昇および照射脆化が起る。

N D T 温度の上昇はフェライト鋼に認められる現象でオーステナイト鋼にはみられないものである。

- ② 強度の上昇と伸びの低下が起る。

これは速中性子によるものと考えられており、高温で回復するものである。

また高温領域では

- ① ヘリウム脆化 (伸びの低下) が起る。

これはボロンと熱中性子、鉄、ニッケルと速中性子との反応により生成するヘリウムによるものである。この現象はさらに高温になっても回復しない。

- ② スウェリングによる硬化および伸びの低下が起る。

これは速中性子によるボイドの生成に起因するものであり、この現象はさらに高温になれば回復する。

以上のように各種の損傷が起るがオーステナイト鋼については約 500℃以下が低温領域となる。従ってO W L - 2 炉内管の材質 (SUS 32^{注1)}: オーステナイト鋼)、使用温度 (最高 285℃) からみて高温の型の損傷は起らず、また低温の型①も起らない。そこで低温の型②の損傷を考えればよいことになる。

以上の観点からO W L - 2 炉内管のサーベランステストは低温の型②について試験することが計画された。なお低温の型①については参考のため衝撃試験も加えて行うことが計画された。

発電用原子炉圧力容器についてのサーベランステストについては日本電気協会による「原子炉構造材の監視試験の方法」JEAC 4201 (1970) やアメリカのA E C の原子力発電所設計基準、ASTM E 185-73 (1973) に規定されている。O W L - 2 の圧力管についてはJEAC 4201の規制の対象外ではあるが、これと本サーベランステストを比較しても特に問題はない。

注1) 現規格のSUS 316相当

2.2 方 法

前述の目的から試験は引張および衝撃試験の2種類について実施した。試験温度は常温とOWL-2炉内管の最高使用温度である285℃の2段階について行った。なお衝撃試験は常温でのみ試験した。また非照射材の試験は温度履歴のないものとOWL-2炉外テストセクションに挿荷して炉内管と同じ温度履歴を与えたものの2種類について行った。

使用した試験機は照射試料および炉外テストセクション挿入試料に対して

引張試験機：新興通信工業K.K.製，最大能力10Ton
TOM-10000型

衝撃試験機：東京試験機K.K.製，最大能力30Kg・m
非照射材の温度履歴のない試料に対して

引張試験機：島津製作所製，最大能力2Ton
TYPE RS-2

衝撃試験機：東京衡器K.K.製，最大能力30Kg・m
である。なお引張試験の引張速度は2mm/minで行なった。

2.3 試験試料

2.3.1 供 試 材

- (a) 採取ロット OWL-2炉心部耐圧管と同一ロットから採取
(b) 材 質 SUS 32TP
 ミルシートをTable 1に示す
(c) 寸 法 $117.8^{\phi \text{ I.D.}} \times 4.8^t \times 5000^{\ell} (\text{mm})$

2.3.2 試 験 片

- (a) 種類および個数等 Table 2に示す。
(b) 形状および寸法

各試験片は管の軸方向と試験片の長手方向とを一致させて採取した。

- (イ) 引張試験片（常温用）

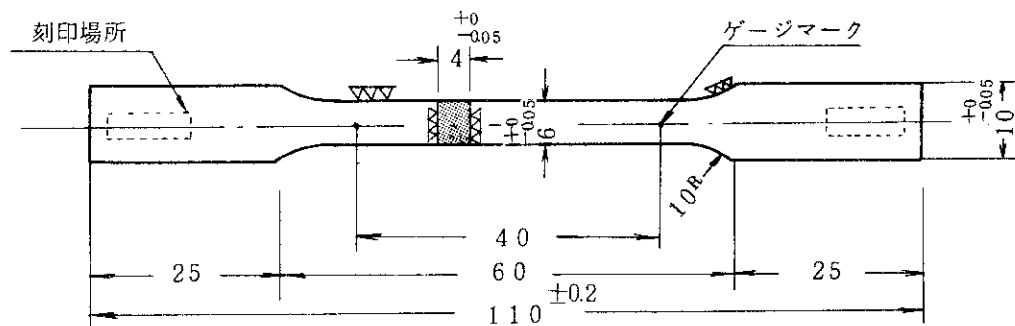


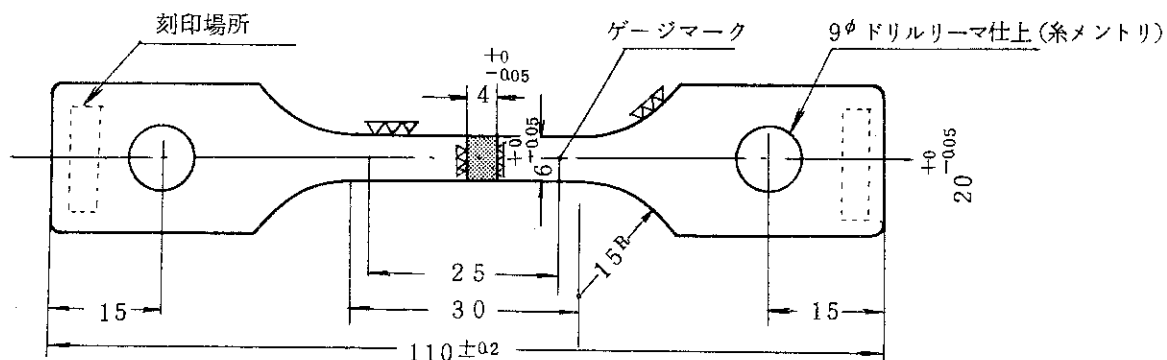
Table 1 OWL-2 inpile tube MILL certificate

Article : Seamless Stainless Steel Pipe (Cold drawn) Specification : JIS G3459-32 (SUS 321P) Size : (124.7) 117.8mmφO.D. × 4.8mmt											
Hydrostatic Test	Surface & Dimensions	Description of Tests	Remarks								
	140 kg/cm ²	Flattening		Liquid Penetrant Examination : good Ultrasonic Test : good Straightness (1/1500) : good							
good	good	good									
Tensile Properties		Chemical Compositions									
	Yield Point (kg/mm ²)	Tensile Strength (kg/mm ²)	Elongation(%) in 50 mm								
Std. min.	21	52	31								
max.	28	57	59								
	27	57	60								
		C	Si	Mn	P	S	Ta	Ni	Cr	Mo	Co
		.08	1.00	2.00	.040	.030	-	10.00	16.00	2.00	-
		.05	.63	1.80	.024	.007	Trace	14.00	18.00	3.00	
		.05	.64	1.77	.024	.007		13.30	17.00	2.16	.29 Check
								13.40	17.00	2.15	.29 Ladle

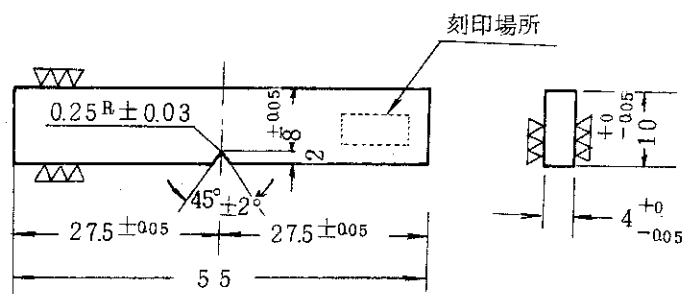
Table 2 Specimens for Surveillance Test

Purpose	Number of test piece
Tensile test at R.T	Irradiated
	Unirradiated
Tensile test at 285°C	Irradiated
	Unirradiated
Charpy-V impact test	Irradiated
	Unirradiated

(ロ) 引張試験片 (高温用)



(ハ) 衝撃試験片



2.4 照射条件

2.4.1 試料装荷

各試験片はJMT-Rにおける標準型の無計測リーキーキャプセルに組み込んで照射した。本キャプセルは4孔用ステンレスバスケット内にアルミニウム製の試料ホルダーを置き、その中に試料を固定するものである。(Fig. 1, 2 参照)

キャプセルは軸方向にコサイン状に分布した中性子の照射を受けるため試験片は装荷位置によって異った照射量になる。これらの関係はFig. 3に示す。

2.4.2 照射孔および照射サイクル

照射量をパラメータとしてデータを得るために同一仕様である2本のキャプセルを同一照射孔で2回、時間を変えて照射した。詳細は下記の通りである。

キャプセル名	照射孔	照射サイクル	照射時間
71M-8J	H-y-1	第13~第15	3サイクル
71M-9J	H-9-1	第16~第25	10サイクル

2.4.3 照射温度

試験片は原子炉一次冷却水に直接触れ、キャプセルのガンマ発熱も小さく十分に冷却されるため試験片の温度は原子炉一次冷却水と同一と考えてよい。従って照射中の試験片の温度は40~50℃である。

2.4.4 非照射比較材

非照射比較材はOWL-2炉外テストセクションに装荷して炉内管と同様の温度履歴を与えたものと温度履歴を与えないものとの2種類について試験した。

2.5 照射後試験結果

Table 3, 4 は照射後の引張および衝撃試験結果, Table 5 は非照射比較材の試験結果である。Fig. 4, 5 および 6 はそれぞれ最大引張強さ, 降伏強さ^{注1)} および伸び量と速中性子照射量との関係を示している。Fig. 4, 5 から引張強度は照射前よりも増大しており, しかも照射量が $1 \times 10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の範囲で一様に増大していることがわかる。また Fig 6 によれば伸び量は引張強さとは逆に照射により減少しており照射量が $1 \times 10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の範囲でほとんど変化がなく, かつかなり大きな残存伸びのあることがわかる。また非照射比較材については炉外テストセクションに装荷したOWL-2耐圧管と同じ温度履歴を与えたものと室温のまま温度履歴を与えないものとは特に差異はみられない。

Fig. 7 は中性子照射量と衝撃値との関係を示している。これによれば引張試験における伸び量の変化と同様の傾向があり, すなわち照射量が $1 \times 10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の範囲では靱性が低下しないことがわかる。

注1) 降伏点が明瞭であるため0%オフセットの降伏点を採用する。

Table 3 Tensile properties of irradiated specimens

Specimen No.	Test temp. (°C)	Neutron fluence ($\times 10^{21}$ n/cm ² , E > 1 MeV)	Ultimate tensile strength (kg/mm ²)	Yield strength (kg/mm ²)	Fracture strength (kg/mm ²)	Total Elongation (%)
141	12	0.28	73.8	65.8	46.4	41.2
142	"	0.60	74.1	63.7	48.1	40.4
143	"	1.00	74.5	69.3	48.9	40.2
144	"	1.18	75.8	69.1	47.0	42.1
145	"	1.08	75.1	68.8	47.7	40.9
146	"	0.79	75.3	70.0	48.5	40.5
147	"	1.08	75.8	69.4	50.0	40.1
148	"	0.79	75.6	69.2	49.1	38.9
149	"	3.05	76.6	73.4	52.0	39.6
150	"	2.20	75.4	70.8	51.0	40.2
151	"	0.85	75.0	68.7	48.7	40.4
152	"	1.67	75.1	69.7	49.8	40.4
153	"	2.83	76.1	72.6	49.5	40.2
154	"	3.37	75.4	71.2	49.6	38.6
155	"	3.05	75.8	72.3	49.3	39.3
156	12	2.20	75.8	71.4	49.4	37.9
165	285	0.28	57.4	47.5	41.2	33.3
166	"	0.60	58.0	49.7	35.4	34.8
167	"	1.00	57.0	49.0	36.9	34.7
168	"	1.18	58.6	51.7	40.2	33.1
169	"	0.85	57.7	48.5	33.4	37.0
170	"	1.67	58.1	50.3	36.1	34.2
171	"	2.83	59.9	54.8	37.3	33.1
172	285	3.37	59.5	53.9	40.3	32.8

Table 4 Charpy-V absorbed energy of irradiated specimens

Specimen No.	Test temp.	Neutron fluence	Absorbed energy
	(°C)	($\times 10^{21}$ n/cm ² , E>1 MeV)	(kg·m/mm ²)
1	19	0.10	0.131
2	"	0.38	0.144
3	"	0.52	0.128
4	"	0.67	0.138
5	"	0.93	0.144
6	"	1.05	0.138
7	"	1.14	0.138
8	"	1.20	0.144
9	"	1.13	0.131
10	"	1.02	0.134
11	"	0.87	0.147
12	"	0.69	0.134
13	"	0.62	0.144
14	"	1.05	0.131
15	"	1.45	0.134
16	"	1.90	0.131
17	"	2.65	0.144
18	"	3.00	0.147
19	"	3.28	0.144
20	"	3.40	0.128
21	"	3.20	0.125
22	"	2.85	0.125
23	"	2.40	0.128
24	19	1.95	0.141

Table 5 Mechanical properties of as received and thermal control specimens

A. Tensile properties

Specimen No.	Test temp. (°C)	Ultimate tensile strength (kg/mm ²)	Yield strength (kg/mm ²)	Fracture strength (kg/mm ²)	Total elongation (%)	History
141	20	59.2			62.8	As received
142	"	59.5			62.3	
143	"	59.8			65.2	
144	20	59.5			65.3	
165	285	47.3			45.1	
166	"	47.4			45.7	
167	"	47.4			43.8	
168	285	49.1			39.0	
145	12	60.2	31.9	38.6	64.5	Thermal control specimens exposed to OWL-2 loop water without irradiation
146	"	60.9	34.9	37.8	62.0	
149	"	59.8	31.0	36.1	66.0	
150	12	59.8	31.1	36.1	62.9	
169	285	49.3	24.1	31.3	43.2	
170	"	49.0	23.0	29.7	43.2	
173	"	49.0	23.0	31.7	43.6	
174	285	48.7	23.2	31.2	42.6	

B. Charpy-V absorbed energy

Specimen No.	Test temp. (°C)	Absorbed energy (kg·m/mm ²)	History
1	18	0.216	As received.
2	"	0.208	
3	"	0.211	
4	"	0.220	
5	"	0.230	
6	"	0.221	
7	"	0.216	
8	18	0.219	
9	19	0.206	Thermal control specimens exposed to OWL-2 loop water without irradiation.
10	"	0.206	
11	"	0.219	
12	"	0.216	
17	"	0.228	
18	"	0.212	
19	"	0.216	
20	19	0.231	

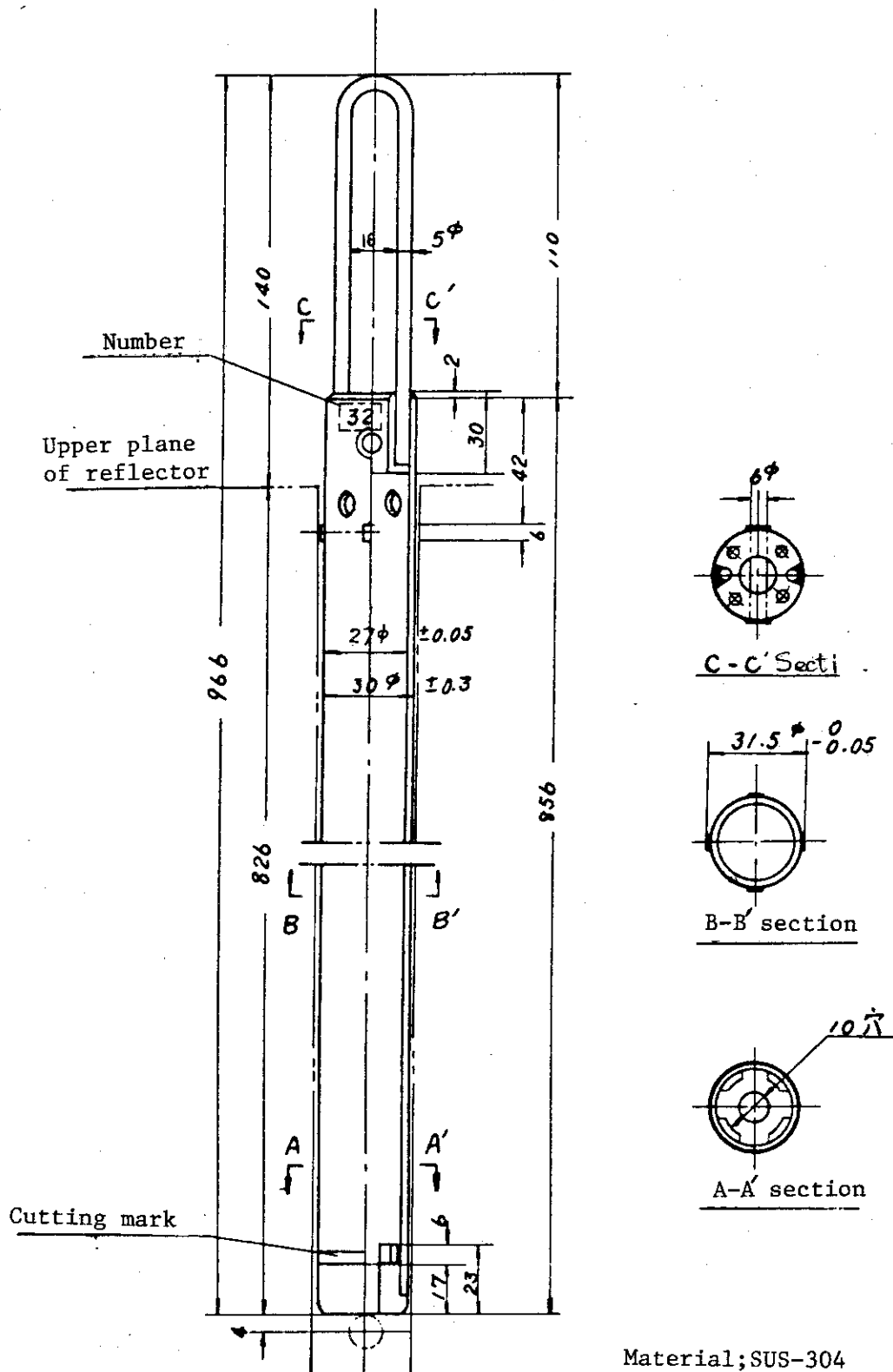
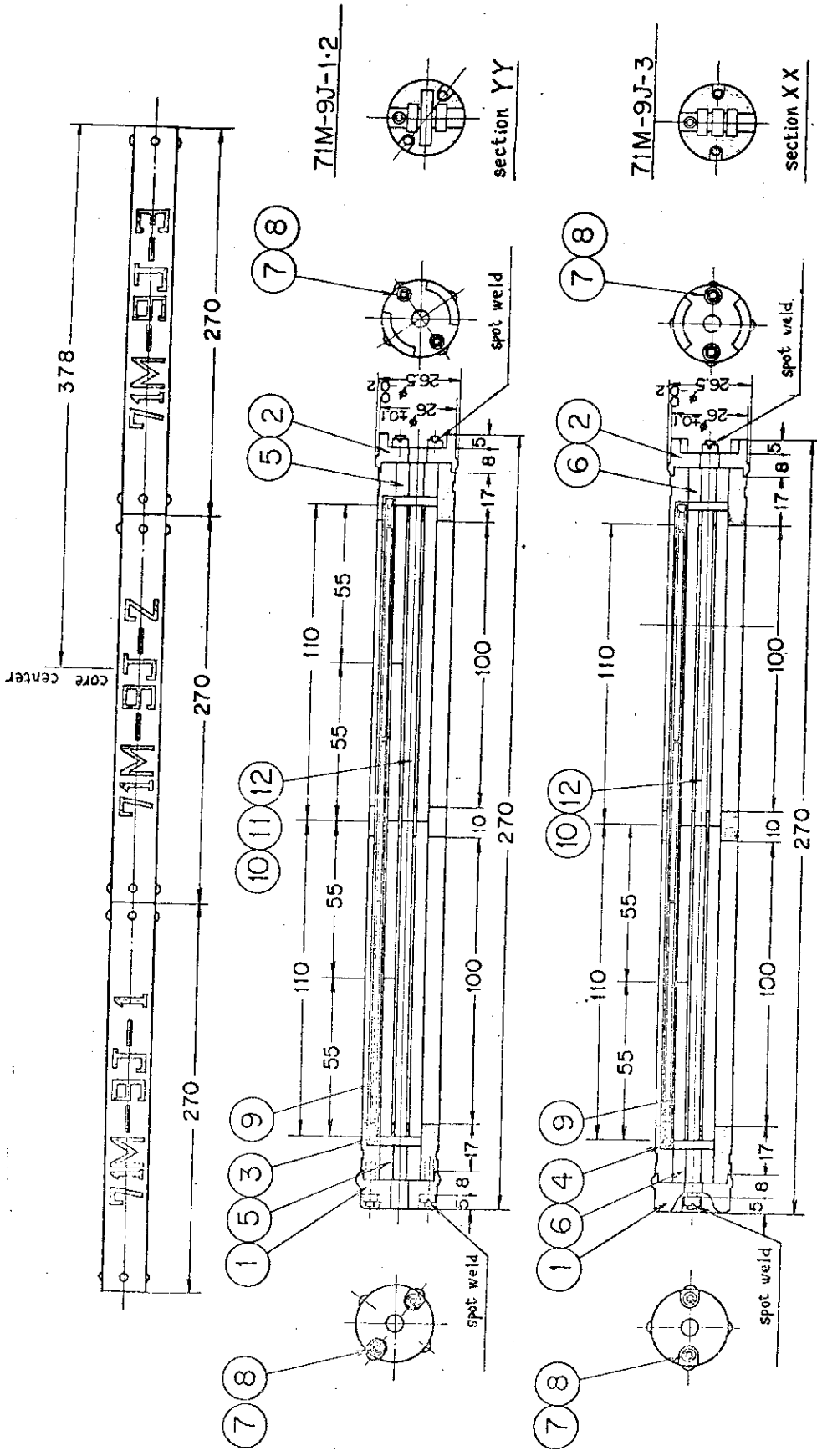


Fig. 1 Stainless steel basket for irradiation tests at 4 hole reflector section of JMTR.



arrangement of specimen

F/M NO. 1	F/M NO. 2	F/M NO. 3
CH13 CH14 CH15 CH16	CH17 CH18 CH19 CH20	CH21 CH22 CH23 CH24
HTS 169 HTS 170	HTS 171 HTS 172	TS 149 TS 150
TS 151 TS 152	TS 153 TS 154	TS 155 TS 156

71M-9J-1

71M-9J-2	71M-9J-3
----------	----------

ITEM	NAME	QUAN.	MATERIAL
12	Charpy specimen		
11	Tensile specimen (high temp)		
10	Tensile specimen (room temp)		
9	Flux monitor	3	
8	Nut	12	SUS304
7	Bolt	6	SUS304
6	Spacer for 9J-3	2	A2B2
5	Spacer for 9J-1,2	4	
4	Holder for 9J-3	1	
3	Holder for 9J-1,2	2	
2	Lower flange	3	
1	Upper flange	3	A2B2

IRRADIATION CAPSULE (71M-9J)

Fig. 2 Geometry of irradiation capsule (71M-9J).

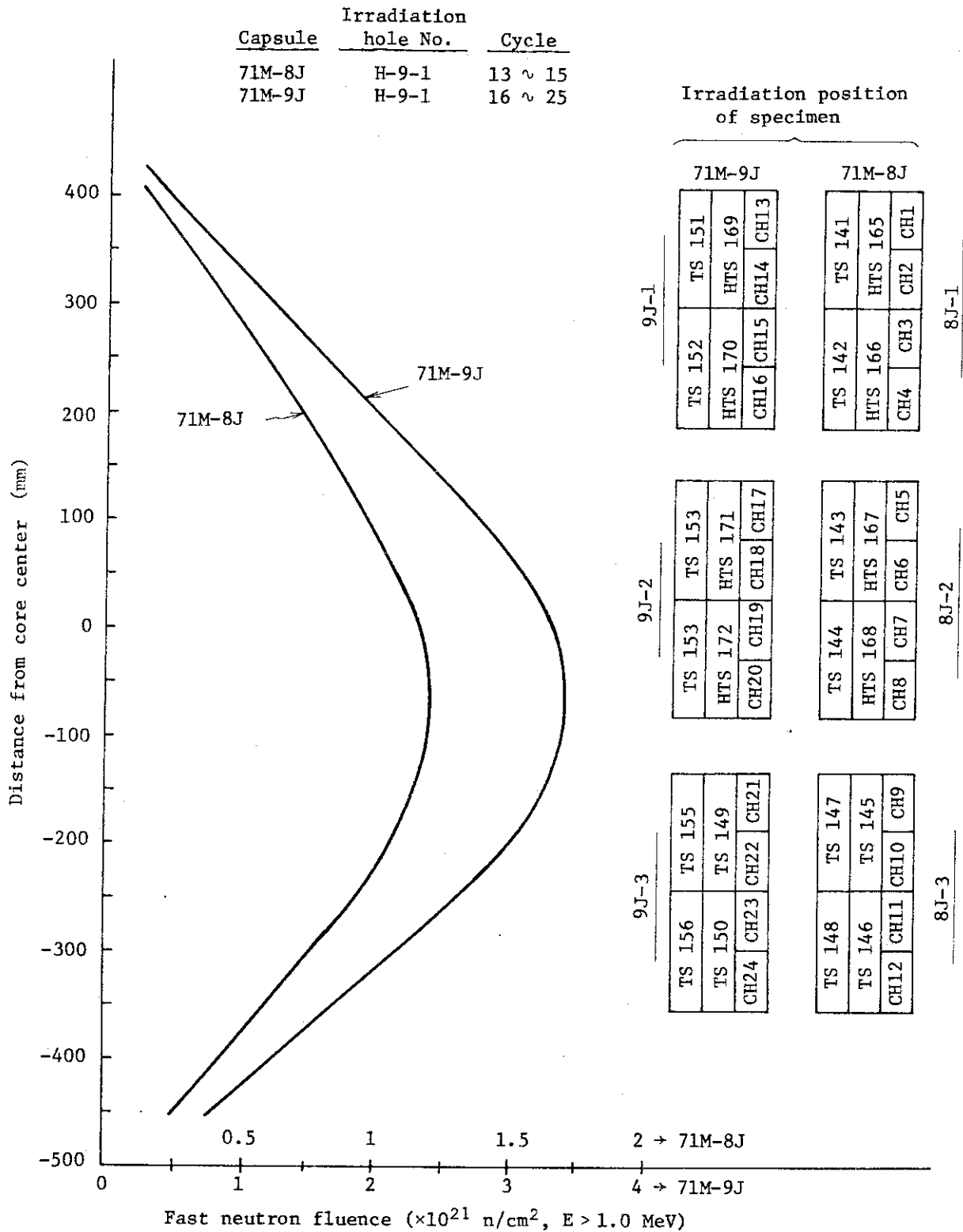


Fig. 3 Distribution of fast neutron fluence and specimen v.s. distance from core center.

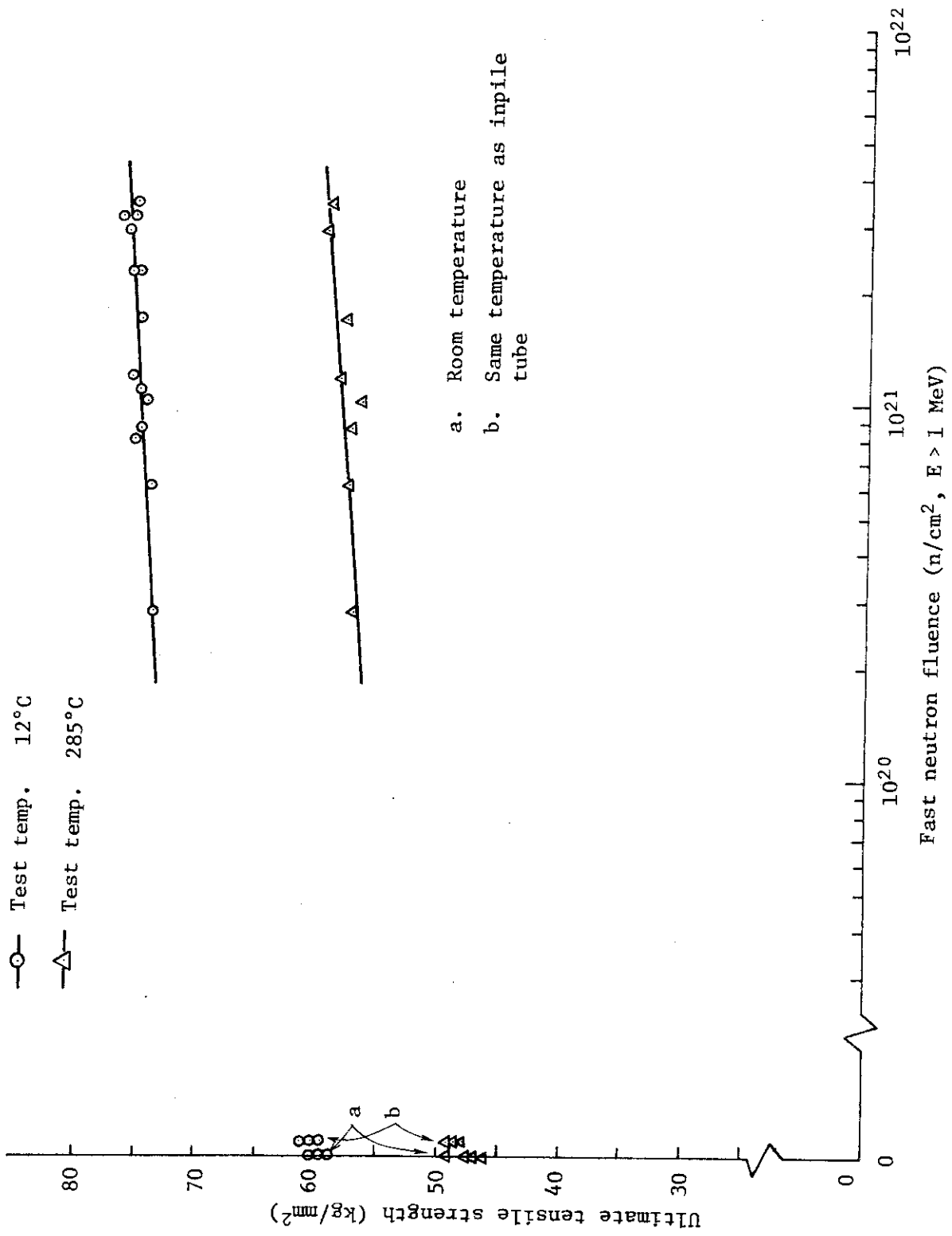


Fig. 4 Effect of fast neutron fluence on ultimate tensile strength.

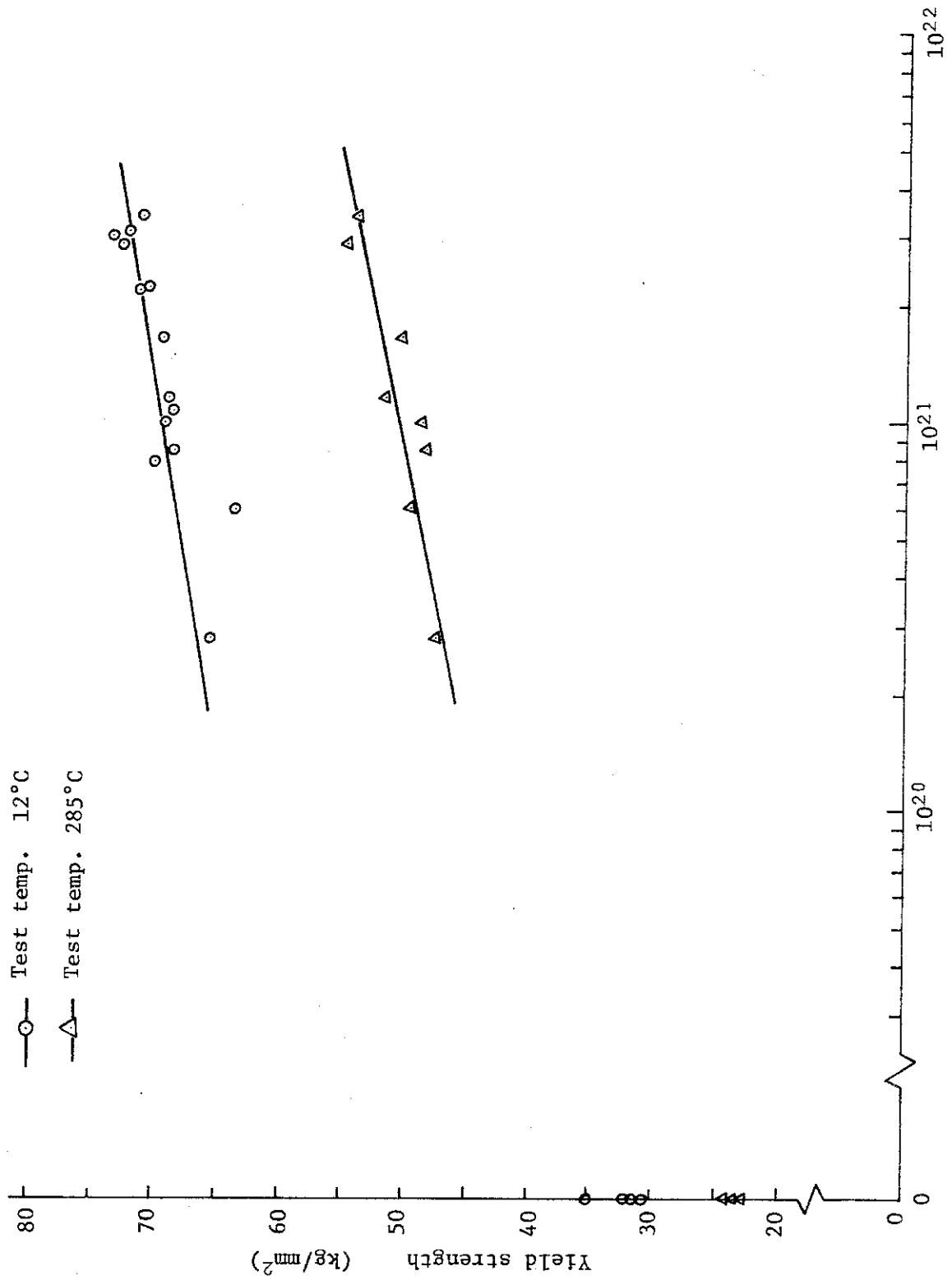


Fig. 5 Effect of fast neutron fluence on yield strength.

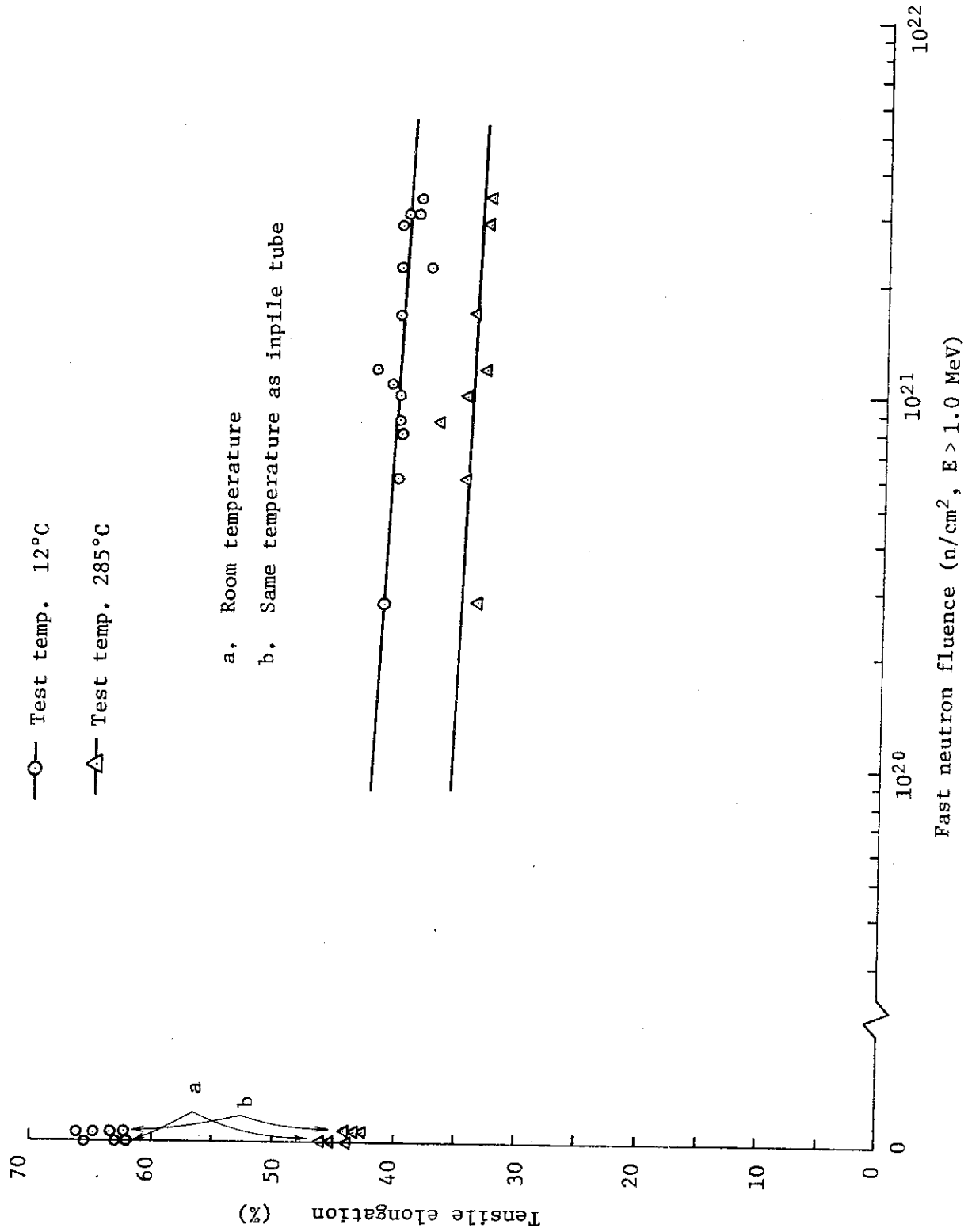


Fig. 6 Effect of fast neutron fluence on tensile elongation.

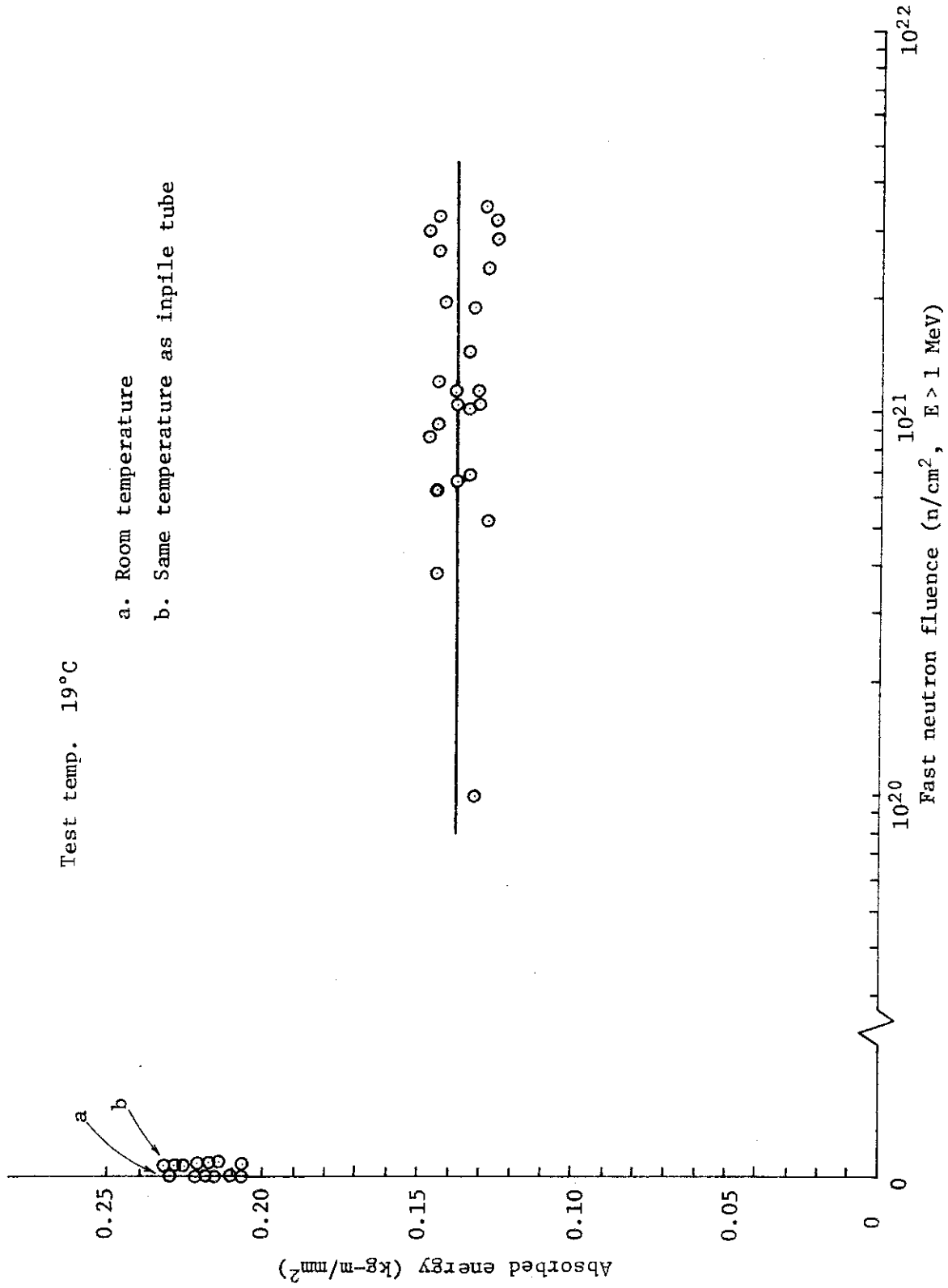


Fig. 7 Effect of fast neutron fluence on Charpy-V absorbed energy.

3 サーベランステスト結果の考察

2.1項で述べたようにオーステナイト鋼では約500℃以下の低温領域では速中性子照射量の増加と共に引張強さは一様に増大し、伸びは一様に減少する。たとえばFig. 8³⁾にSUS 304についての $3.7 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ ($> 0.1 \text{ Mev}$) までの照射量に対する強度および伸びの変化の様子を示してある。またFig. 9⁴⁾にSUS 316の引張強さと伸びについての例を示す。

本サーベランステストの結果においてもFig. 4, 5, 6に示すようにこれらと同様の傾向が認められる。すなわち照射量の増加と共に引張強さは増大し、伸びは減少している。この傾向からこゝでは本サーベランステストにおける最大照射量 $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($> 1 \text{ Mev}$)での引張強さと伸びについての評価を行うこととする。

引張強度の最大引張強さ $\sigma_{\text{U.T.S.}}$ と降伏強さ σ_y についてはFig. 4, 5に示すように非照射比較材よりも大きくなっており、しかも非照射比較材の常温における $\sigma_{\text{U.T.S.}} = 60 \text{ Kg/mm}^2$, $\sigma_y = 32 \text{ Kg/mm}^2$ はJIS規格による強さSUS 316(未使用材, 常温)についての $\sigma_{\text{U.T.S.}} \geq 53 \text{ Kg/mm}^2$, $\sigma_y \geq 21 \text{ Kg/mm}^2$ を十分満足しているので問題ない。伸びについてはFig. 6に示すように試験温度12℃および285℃のときそれぞれ40%, 33%となる。この伸び量は材料の使用に当っては下記の理由により十分余裕のある値と考えられる。

JIS G 3459ではSUS 316TP(未使用材, 常温)について35%以上の伸びを規定している。これに対してOWL-2炉内管の場合はFig. 6に示すように $\phi_f = 0 \text{ n/cm}^2$ すなわち非照射時において60%以上ありこのJIS規格を十分に満足している。JISでは照射後または高温での特性を規定するものではないが、OWL-2炉内管材は速中性子照射量 $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ においても常温で40%もあり、35%を上まわっている。さらに285℃の高温でも33%であり35%に近い伸び量を保有している。この常温時40%から高温時35%への減少は試験温度の上昇と共に伸び量が減少するという一般的性質から妥当な変化である。Fig. 10^{5), 6)}にSUS 316と機械的性質の類似するSUS 347についての試験温度および照射温度と伸び量との関係を示す。これによれば試験温度500℃付近までは温度の上昇に比例して伸び量が減少することが明示されている。これと本サーベランステストの結果はかなりよく類似する。従ってこれらのことからみても285℃で33%という伸び量はかなり大きい値であるといえる。

高温における限界照射量を伸び量で規定した例として次のものがある。BNWL (Battelle-Northwest Laboratory)とARD (Westinghouse Advanced Reactors Division)では中性子照射により最も敏感に影響を受ける機械的性質に対して臨界量を定め、それに基づいて最大許容照射量を決定した。SUS 304鋼に対しては最も照射効果の著しい延性をもとにして照射量を決定している。そして材料の照射による性質変化の寿命として10%の残留伸びを基準としている。SUS 304についての370℃で試験した結果をFig. 11におよび各温度の試験結果をFig. 12に示す⁷⁾。

この例のように10%残留伸びを設計目標とする考え方は普及しつつある。これと本サーベランステスト結果の残留伸び285℃で33%を比較すればOWL-2炉内管には 3.4×10^{21}

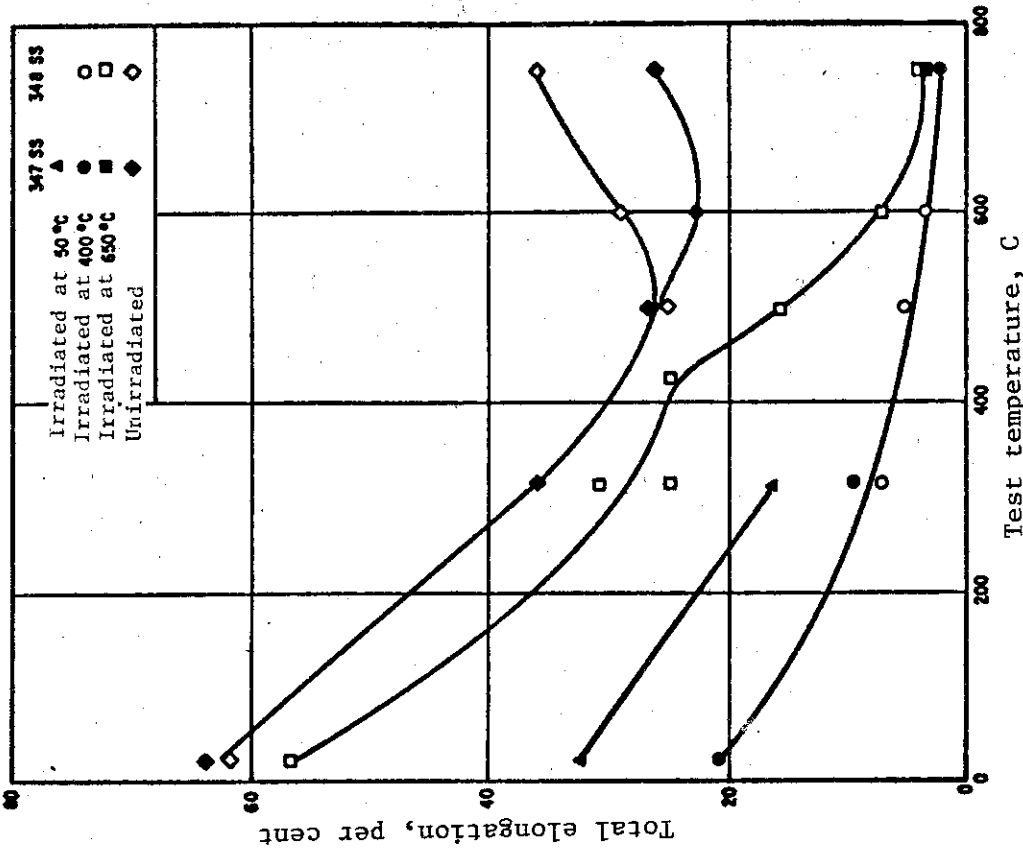


Fig.10 Total elongation of types 347 and 348 stainless steel.

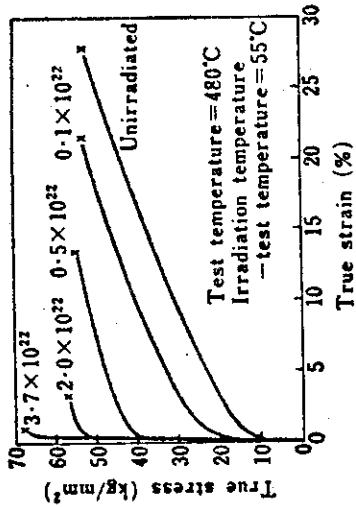


Fig. 8 True stress versus true strain for series of annealed type 304 stainless steel tensile specimens as a function of fast fluence.

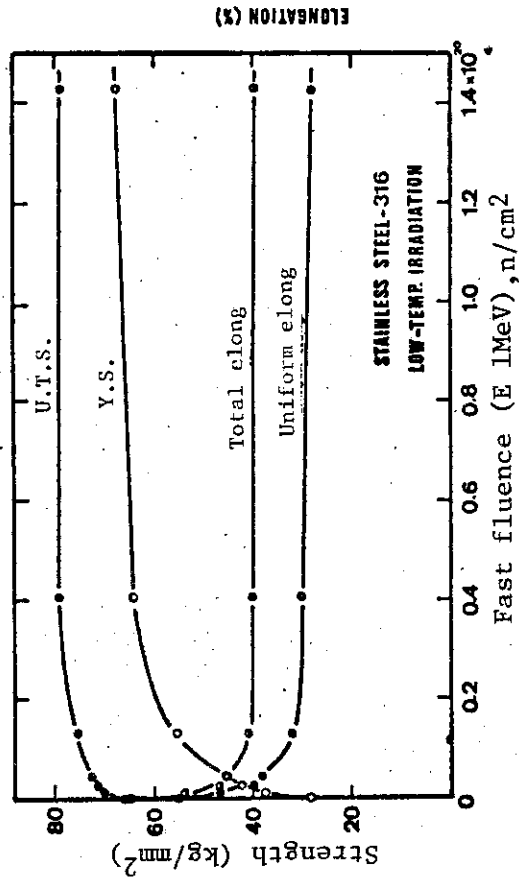


Fig. 9 The effect of fast fluence on the tensile properties of AISI Type 316.

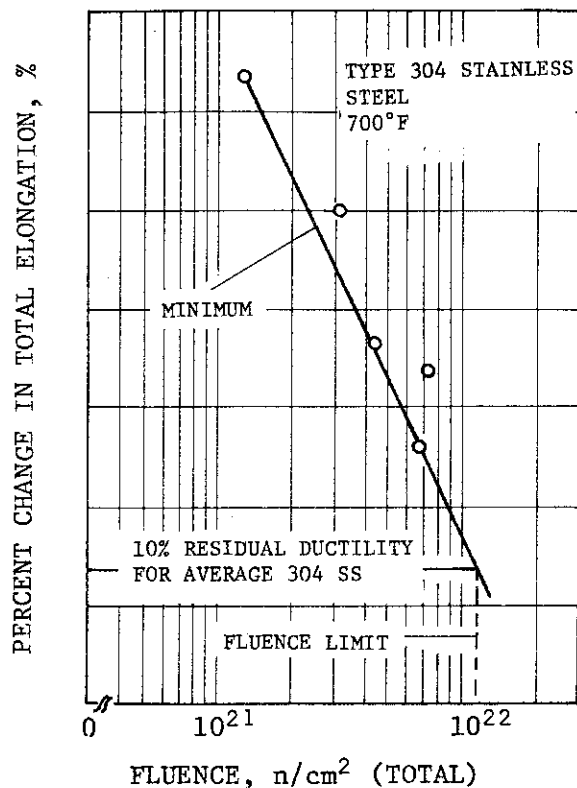


Fig.11 Determination of the fluence limit for average Type 304 base metal at 700°F

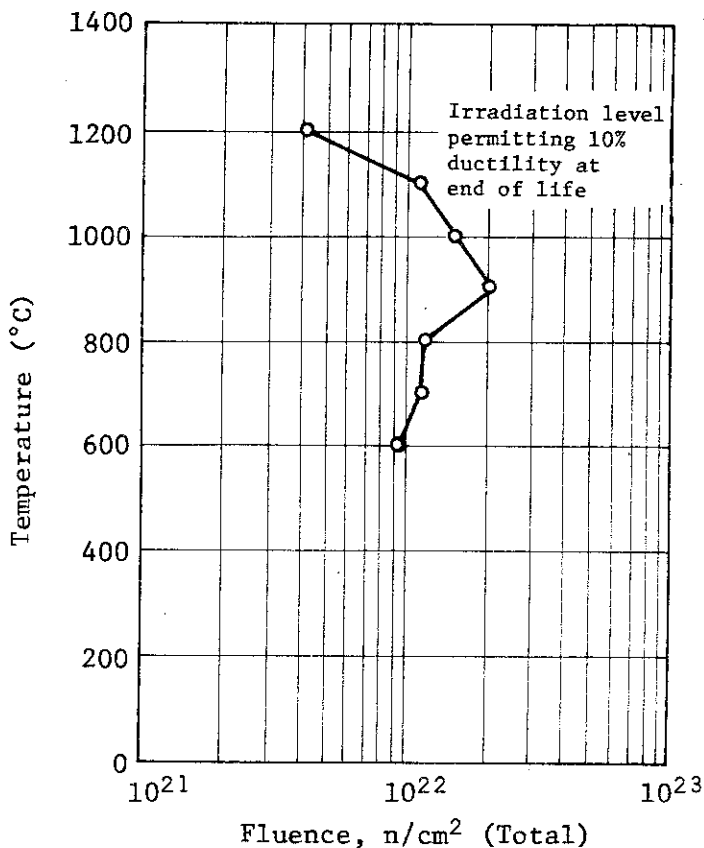


Fig.12 Fluence limit for Type 304 stainless steel base metal.

$\frac{n}{cm^2} (>1\text{ Mev})$ の中性子照射量を受けてもかなり大きな安全余裕を有していることになる。

一般に設計基準では使用条件が降伏応力をはるかに下まわるという理由から伸びについては特に規定していない。O WL - 2 炉内管 (耐圧管) についてこの点を検討してみる。最高使用条件 (圧力 $P = 73 \frac{kg}{cm^2} G$, 温度 $T = 285^\circ C$) のときの応力は $\sigma_R = 8.96 \frac{kg}{mm^2}$ となる。これは Fig. 15 に示す $\phi_f = 0 \frac{n}{cm^2}$ のときの降伏強さ (試験温度 $12^\circ C$ および $285^\circ C$ においてそれぞれ $32 \frac{kg}{mm^2}$ および $23 \frac{kg}{mm^2}$) よりかなり小さい値である。この観点からも伸びについては問題ないと考えられる。

なお本試験では低温でオーステナイト鋼には NDT の上昇は起こらないということの裏付をする目的で衝撃試験が行われたがその結果を Table 4.5 および Fig. 7 に示す。これによれば速中性子照射量 $10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \frac{n}{cm^2}$ 間では Δ 一定の値を示している。この値は JIS で SUS 410, 416 等に規定している $10 \frac{kg \cdot m}{cm^2}$ 以上という値に相当しており、かなりのねばり強さを有していることがわかる。この結果を Fig. 6 に示す引張伸びの結果とを合わせ考えると十分大きなねばり強さを有していることがより明瞭である。

次に試験方法について検討してみる。本試験における試料の照射温度は $50^\circ C$ 以下であり、一方 O WL - 2 炉内管使用条件が $285^\circ C$ で焼きなまし効果が期待できることから本試験データは安全側であるといえる。また炉内管と本試験試料との位置の差による照射効果の違いの観点からも次の理由から安全側である。照射位置が異なるため中性子束およびスペクトルが異なる。中性子束については本試験試料は炉内管に比べて速中性子で約 10 倍、熱中性子で約 3 倍加速されているが、材料が同じであり、原子炉の型が変らなければ、その材質の変化は照射量の増加に対して単調に変化する⁸⁾ということからサーベランステストの結果がよければ炉内管はその照射量まで使用可能であると判断される。またスペクトルについてはその効果は本件における材料、温度からあまり大きいものではなく、この範囲でみられる損傷である原子のはじき出しについてはスペクトルが硬くなるほど大きくなる⁹⁾のでサーベランス試験の方が安全側であるといえる。

次に文献により海外での照射試験例等をサーベイし、本サーベランス試験との比較検討を行う。文献によれば速中性子照射量が $10^{22} \frac{n}{cm^2}$ を越えて使用されている例が多くみられる。たとえば J.R. Weir らによれば¹⁰⁾、クラッド材 (オーステナイト鋼) について、 $400 \sim 700^\circ C$ 、速中性子束 $1 \times 10^{15} \sim 1 \times 10^{16} \frac{n}{cm^2 \cdot sec}$ の条件で照射量 $1 \times 10^{23} \frac{n}{cm^2}$ 以上使用でき、炉心構造材についてはこれよりいくらか低い条件でさらに高い照射量まで使用できるとしている。また R.W. Lockhart と G. Billuris の報告¹¹⁾によれば FCR および SEFOR の炉心構造材 (SUS 304, 316) について速中性子照射量 $1 \times 10^{22} \frac{n}{cm^2}$ 以上を予定している。

Mihkel Kangilaski らの報告¹²⁾によれば SUS 347 について Fig. 13 に示すように速中性子照射量が $5 \times 10^{21} \frac{n}{cm^2}$ 付近に達するまでに強度が増大し、それ以上の照射量では $2 \times 10^{22} \frac{n}{cm^2}$ 付近まで飽和している。さらに伸びについては Fig. 14 に示すように速中性子照射量が $5 \times 10^{21} \frac{n}{cm^2}$ 付近に達するまでに減少し、それ以上では Δ 一定となっている。

また DFR, EBR - II で照射された SUS 304, SUS 316 のデータを Fig. 15, 16 に示す¹³⁾。これは $600^\circ C$, $700^\circ C$ の例であるが照射量が $10^{22} \frac{n}{cm^2}$ を越えても引張強度は低下せずまた

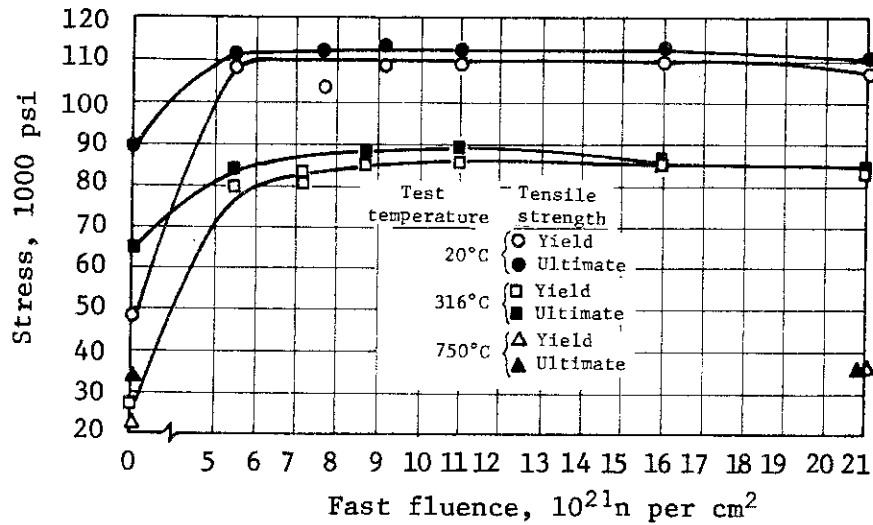


Fig.13 Changes in yield and ultimate strengths of Type 347 stainless steel at 20, 316, and 750°C as a function of fast fluence.

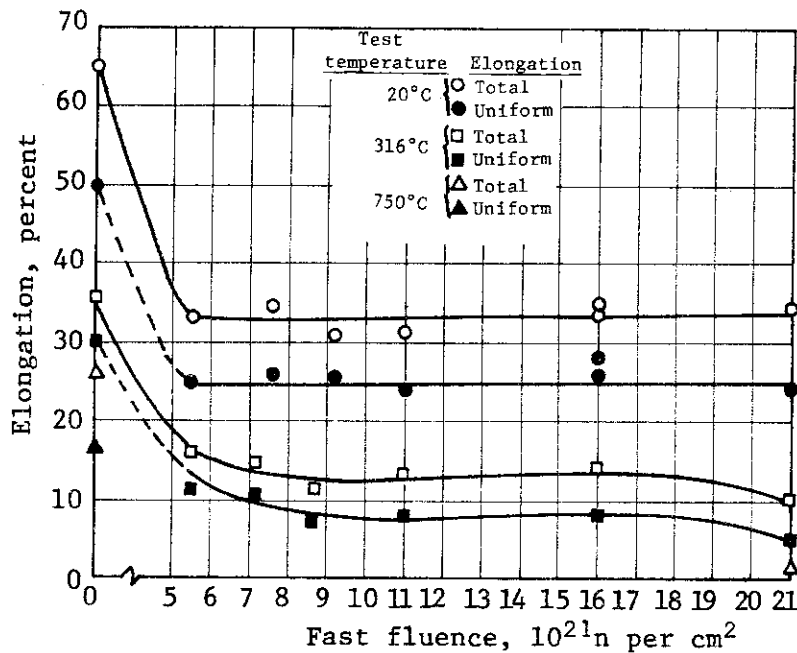
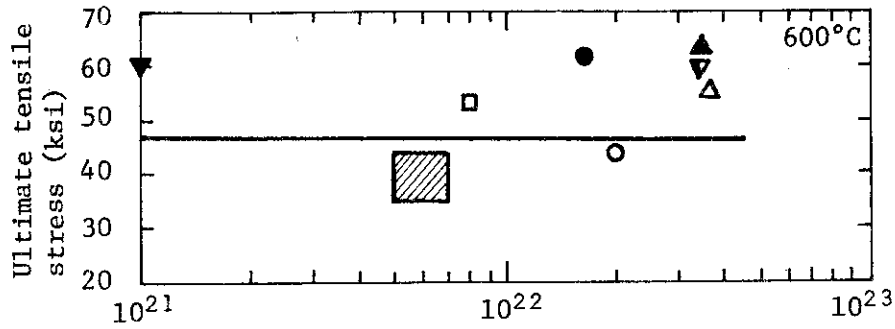


Fig.14 Effect of fast neutron irradiation on the uniform and total elongations of Type 347 stainless steel at 20, 316 and 750°C.



Symbol	Material	Total fluence ($\times 10^{22}$)	Irradiation Temperature ($^{\circ}\text{C}$)	Strain rate (min^{-1})
○	304	2.0	538	0.02
●	304	1.7	590±80	0.002
▼	304	3.4	580±80	0.02
□	316	0.8	482	0.002
△	316	3.6	250-350	0.095
▼	M316	0.1	250-350	0.095
□	316	0.2	525	N, A.
▲	316L	3.4	590-80	0.02
▨	316L	0.5-0.7	250-350	0.095
—	M316	0.1-10.5	250-350	0.095

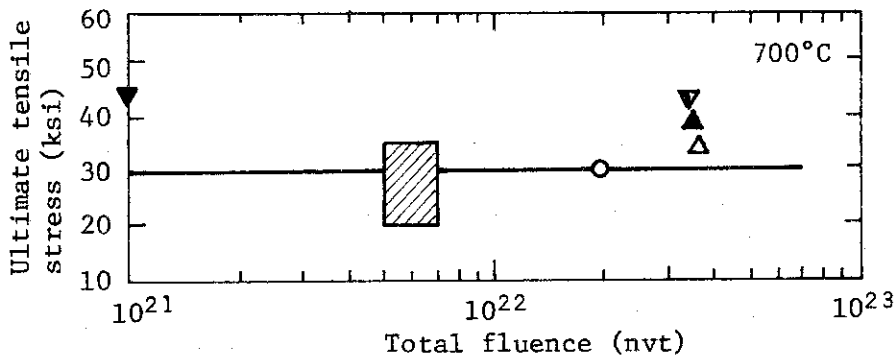
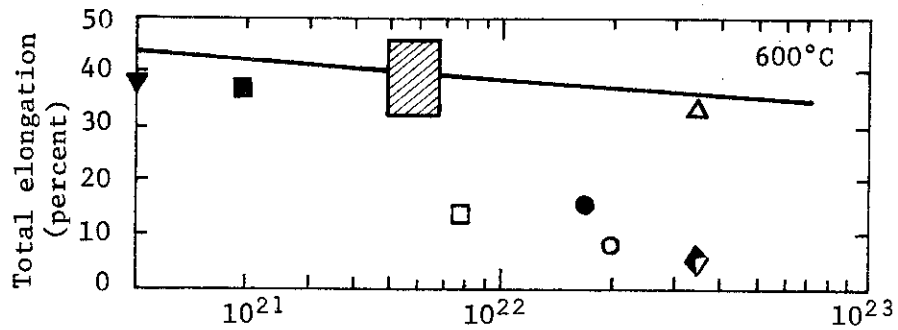


Fig.15 Effect of neutron irradiation on the ultimate tensile strength of Type 304, 316 stainless steel at 600 and 700°C.



Symbol	Material	Total fluence ($\times 10^{22}$)	Irradiation Temperature ($^{\circ}\text{C}$)	Strain rate (min^{-1})
○	304	2.0	538	0.02
●	304	1.7	590-80	0.002
▼	304	3.4	590-80	0.02
□	316	0.8	482	0.002
△	316	3.6	250-350	0.095
▼	M316	0.1	250-350	0.095
■	316	0.2	525	N.A.
▲	316L	3.4	590-80	0.02
▨	316L	0.5-0.7	250-350	0.095
—	M316	0.1-10.0	250-350	0.095

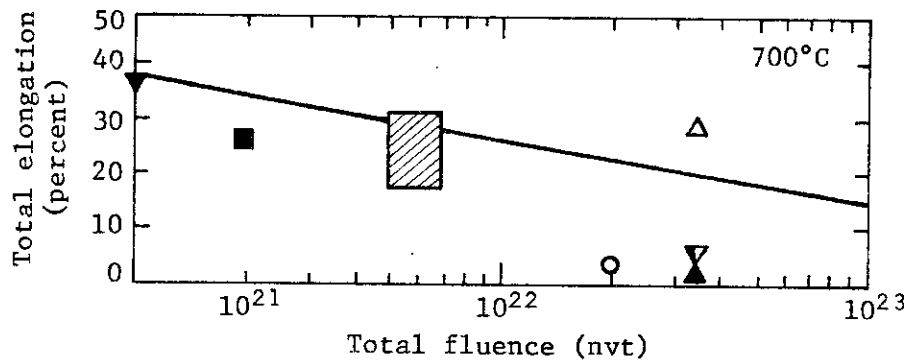


Fig.16 Effect of neutron irradiation on the total elongation of Type 304, 316 stainless steel at 600 and 700°C.

伸びは30%以上残存している。

これらの他にも機械的性質の類似するSUS 304, 316, 347 についての照射例が多くみられるがこれらの文献調査結果をFig. 17にJ MTRにおけるサーベランステスト結果と合わせて示す。^{14)~21)}

これによれば明らかな傾向として

- ・非照射時に伸びの大きい材料は照射後においても大きい残存伸びを有する。
- ・速中性子照射量 $1 \times 10^{20} \sim 3 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ の範囲ではほとんど変化がない。

ことがわかる。文献例とJ MTRにおけるサーベランステスト結果とを比較するとほぼ同様の傾向が認められる。すなわち速中性子照射量 $1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ と $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ での伸び量はほぼ同一であり、また大きな残存伸びがあることから使用上何ら問題ないと考えられる。

以上速中性子照射量 $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ における強度、伸びについて検討した結果OWL-2炉内圧力管材料は十分安全に使用できることが明らかとなった。

次に別法により $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ という照射量について考察してみる。

本サーベランステストの最大引張強さ σ_{UTS} 、降伏強さ σ_y および伸び ϵ と速中性子照射量との関係をまとめるとFig. 18のようになる。ここで σ_{UTS} と σ_y との外挿による交点は限界照射量の1つの目安と考えることができる。すなわちこの照射量に達すると材料の使用条件が降伏応力を越えた場合にはひずみによる応力吸収ができず破壊を起こすことを意味する。一般に金属材料は速中性子照射量の増大と共に破壊時の伸び量が減少するがこれはひずみによる破壊エネルギーの吸収量が減少することを意味する。この特性はFig. 8の例によく示されている。

この外挿法によれば本サーベランステスト結果による限界照射量はFig. 18に示すように試験温度12℃の場合は $\phi_f = 4 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ 、285℃の場合は $\phi_f = 9 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ である。これと先に述べた $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ とを比較すると試験温度12℃、285℃の場合にそれぞれさらに1.2倍、2.6倍の照射ができるということになる。

炉内管に対する損傷としては今まで述べた放射線損傷の他に構造上からの損傷、運転法による損傷および腐食が考えられる。しかしこれらは下記の理由から問題とはならない。まず構造上からのものは炉内管に溶接部が存在することであるが炉心部をはずれた場所であり、溶接部に対する放射線は無視できるため損傷は受けない。また照射試料に対しては炉内管への挿入、取出し作業中に管の内壁に傷をつけないような構造設計とし、万が一この作業中に試料が落下した場合には管の途中に設けたストップにより試料を受けて、管壁に直接衝撃が加わらないようにしてある。(Fig. 19, 20 参照)

OWL-2は通常各サイクル2回ずつ昇降温、昇降圧する運転法がとられるため、これにより炉内管にはくり返し応力が加わる。しかしこの点について解析した結果低サイクル疲労は全く問題とならない量である。また腐食についてはOWL-2一次冷却水の水質、溶存酸素量等から特に問題にはならないと考えられるが、長年月の使用を考慮して、温度、圧力等の条件が同じである炉外部圧力管内の監視が必要と考える。

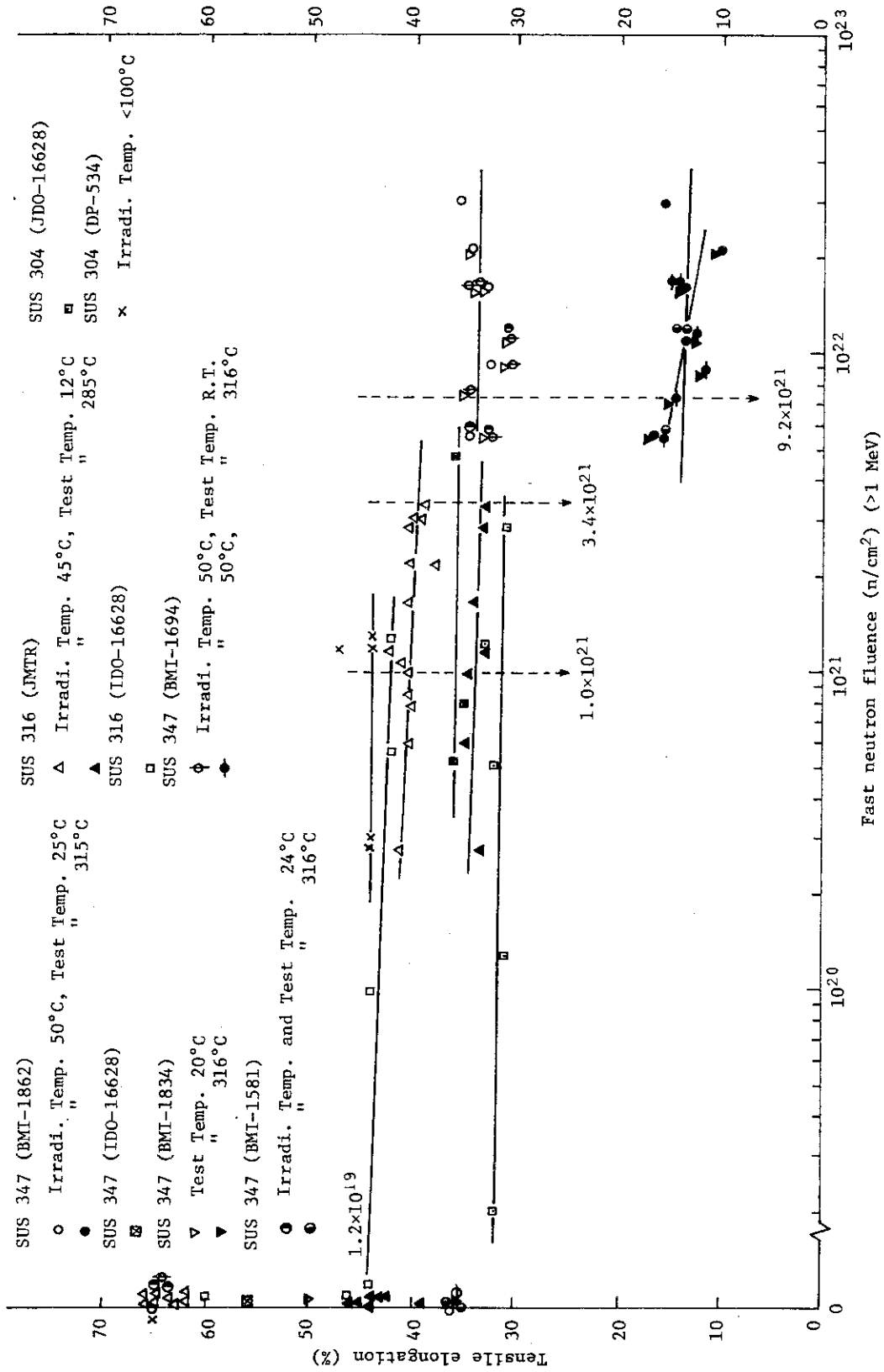


Fig. 17 Effect of fast neutron fluence on tensile elongation (comparison of the present results with other data).

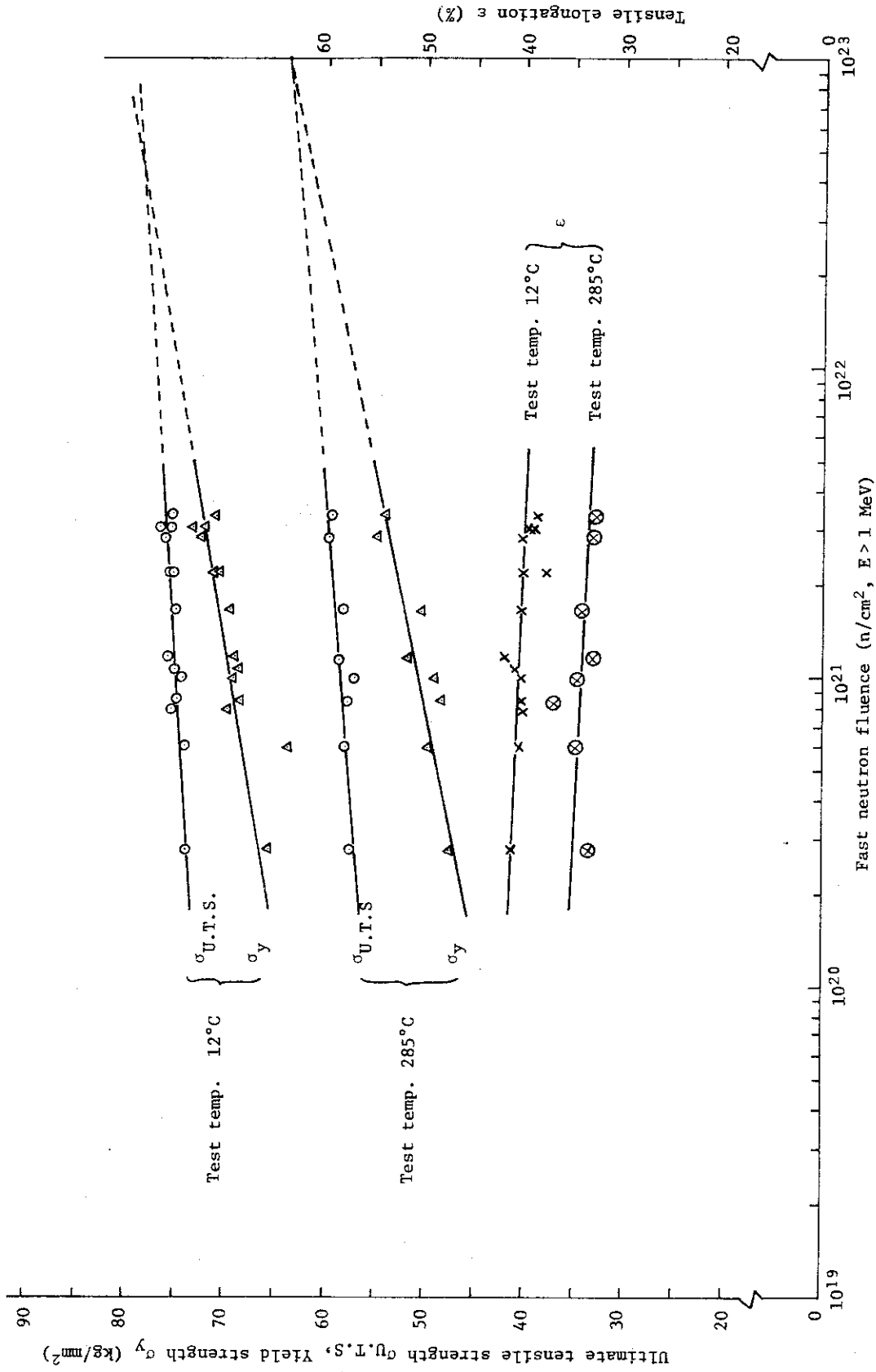


Fig. 18 Effect of fast neutron fluence on tensile strength and elongation

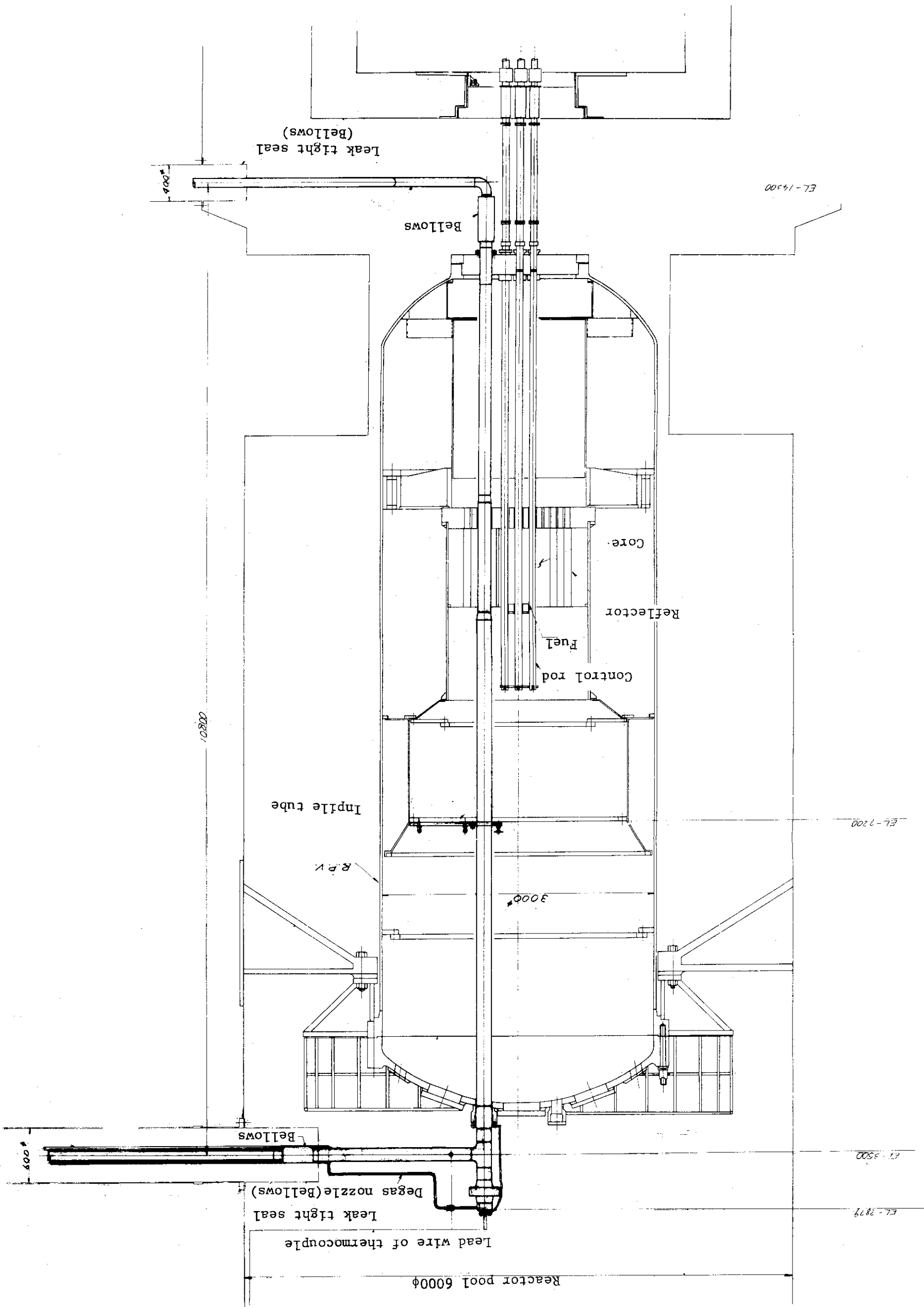


Fig. 19 JMTR pressure vessel and the location of OWL-2 inpile tube.

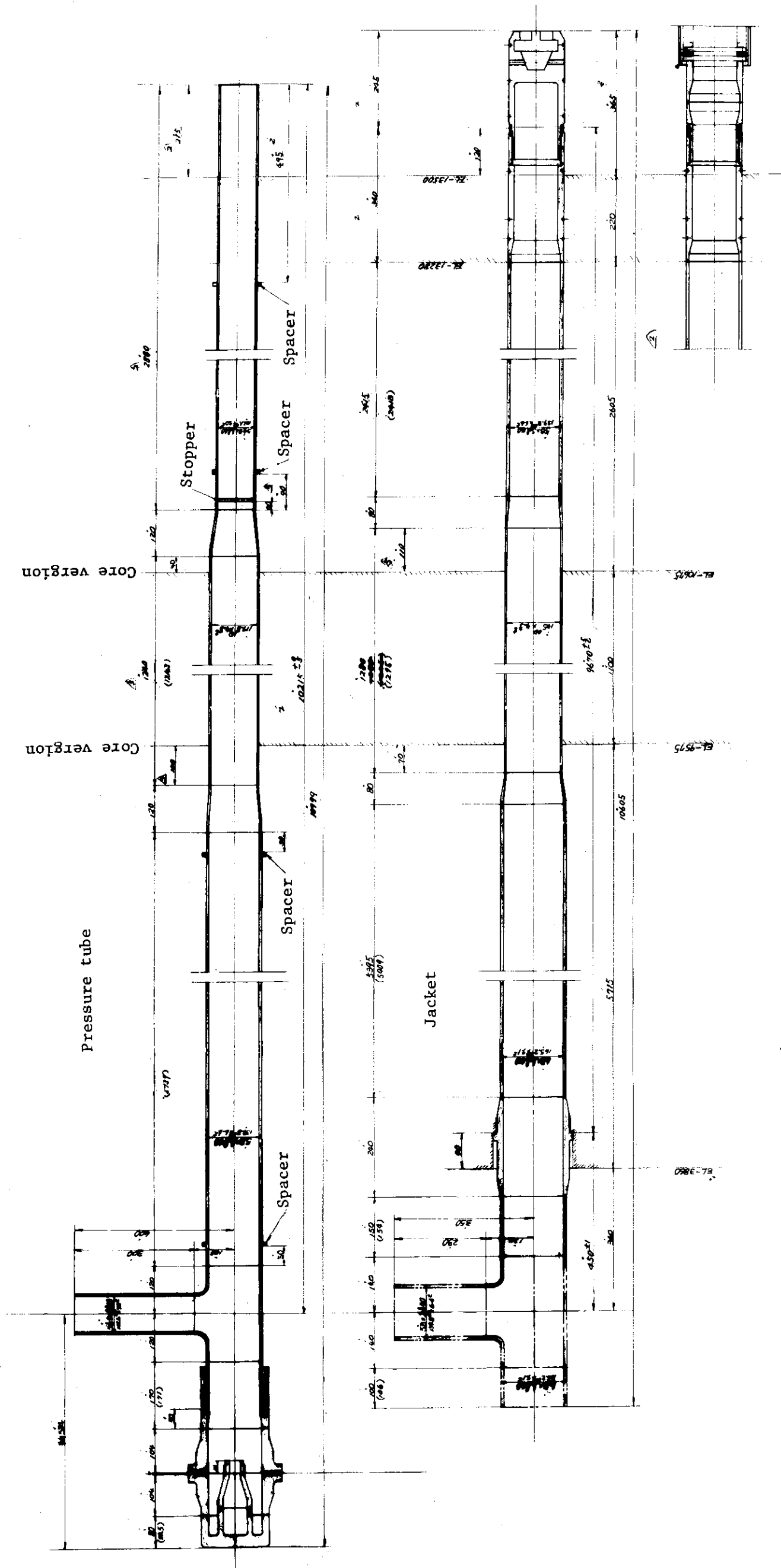


Fig. 20 Geometry of impile tube for OWL-2 test loop.

4 結 論

本サーベランステストによりO WL - 2 炉内耐圧管材であるSUS 316 は室温～285℃の温度範囲で次のような特性を有していることが明らかとなった。

- 引張強さは照射量の増加と共に増大する。そして全増加分の大部分は速中性子照射量 ($> 1 \text{ Mev}$) が 10^{20} n/cm^2 に達するまでに変化し、 $10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の範囲では照射量に正比例して漸増する。
- 引張伸びは引張強さとは逆に速中性子照射量が 10^{20} n/cm^2 に達するまでに、全減少分のほとんどが変化し、 $10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の範囲ではわずかな減少しかない。しかも本サーベランステストの最大速中性子照射量の $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ においても試験温が室温の場合で40%、285℃の場合で33%の大きな残存伸びを保持している。
- 衝撃値は引張伸びとほとんど同じ特性であるが速中性子照射量の $10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の範囲での減少はほとんどない。
- これらのことからO WL - 2 炉内耐圧管材のSUS 316は速中性子照射量 ($> 1 \text{ Mev}$) が $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ に達しても構造材としての性能は十分保持しており、O WL - 2 炉内管は $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ まで延長して使用しても十分安全性を確保しているといえる。

5 あ と が き

ステンレス鋼に関する500℃以下のいわゆる低温領域における照射データ（特に高照射量）のデータは少い。これは放射線損傷機構からみて比較的損傷を受けにくい領域であることにも起因すると考えられる。

一方構造材の設計基準に伸びを含めて規定しているものはなく、また、今後も容易に作成されないであろう。

なお本試験結果等から速中性子照射量で $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ を越えても材料特性の急激な変化は考えられない。これらの事情からO WL - 2 炉内管のサーベランステストは今後も続行し、また海外の情報も参考にして炉内管寿命の検討を継続する予定である。(Fig. 21 参照)

4 結 論

本サーベランステストによりO WL - 2 炉内耐圧管材であるSUS 316 は室温～285℃の温度範囲で次のような特性を有していることが明らかとなった。

- 引張強さは照射量の増加と共に増大する。そして全増加分の大部分は速中性子照射量 ($> 1 \text{ Mev}$) が 10^{20} n/cm^2 に達するまでに変化し、 $10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の範囲では照射量に正比例して漸増する。
- 引張伸びは引張強さとは逆に速中性子照射量が 10^{20} n/cm^2 に達するまでに、全減少分のほとんどが変化し、 $10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の範囲ではわずかな減少しかない。しかも本サーベランステストの最大速中性子照射量の $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ においても試験温が室温の場合で40%、285℃の場合で33%の大きな残存伸びを保持している。
- 衝撃値は引張伸びとほとんど同じ特性であるが速中性子照射量の $10^{20} \sim 3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の範囲での減少はほとんどない。
- これらのことからO WL - 2 炉内耐圧管材のSUS 316は速中性子照射量 ($> 1 \text{ Mev}$) が $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ に達しても構造材としての性能は十分保持しており、O WL - 2 炉内管は $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ まで延長して使用しても十分安全性を確保しているといえる。

5 あ と が き

ステンレス鋼に関する500℃以下のいわゆる低温領域における照射データ（特に高照射量）のデータは少い。これは放射線損傷機構からみて比較的損傷を受けにくい領域であることにも起因すると考えられる。

一方構造材の設計基準に伸びを含めて規定しているものはなく、また、今後も容易に作成されないであろう。

なお本試験結果等から速中性子照射量で $3.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ を越えても材料特性の急激な変化は考えられない。これらの事情からO WL - 2 炉内管のサーベランステストは今後も続行し、また海外の情報も参考にして炉内管寿命の検討を継続する予定である。(Fig. 21 参照)

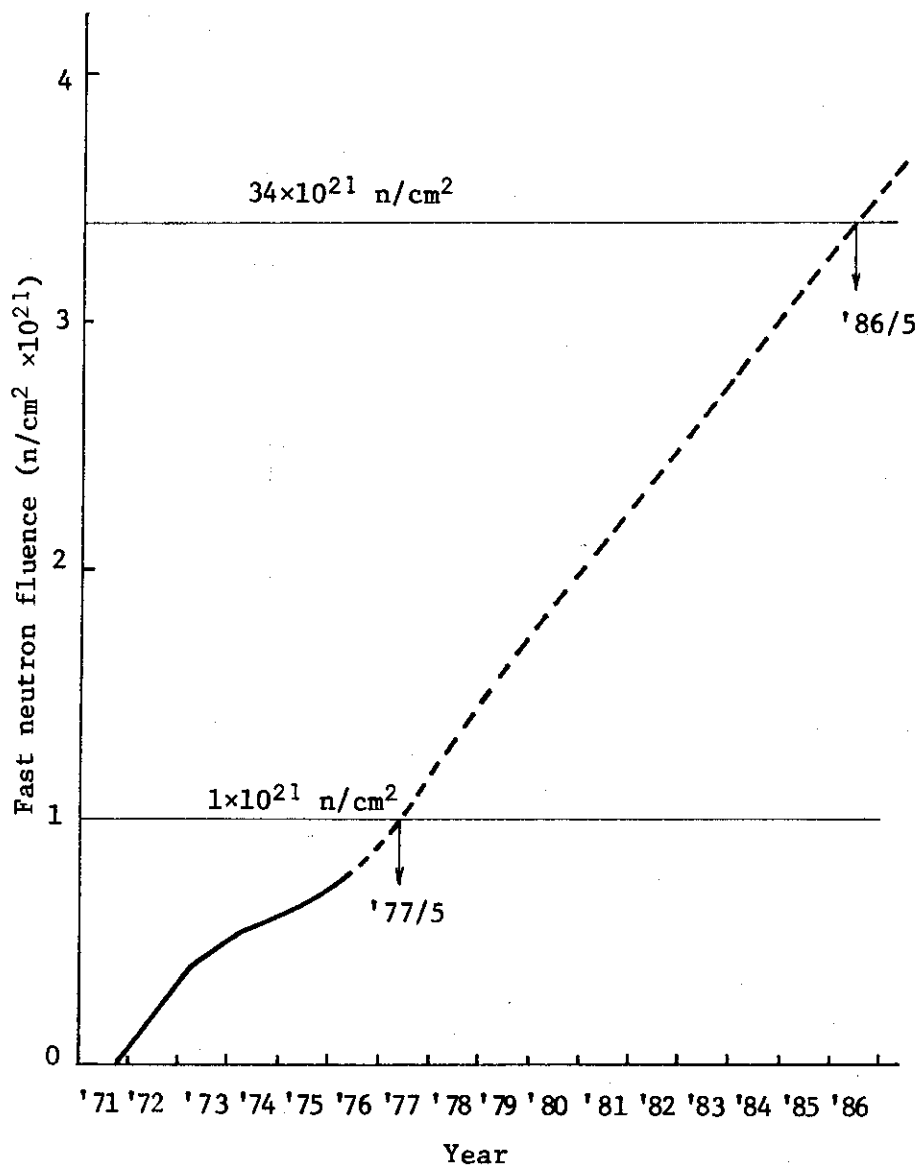


Fig. 21 Maximum fast neutron fluence for OWL-2 inpile tube

謝 辞

本サーベランステストの検討に当り、照射第2課の桜井裕氏、燃料工学部の野村末雄氏、材料工学研究室の近藤達男・中島甫両氏、材料物性研究室の白石健介氏、構造強度研究室の宮園昭八郎氏、照射第3課の伊丹宏治氏および照射第1課の中村罔雄氏から御教示を載いた。報告書脱稿に当り深く感謝したい。

参 考 文 献

- 1) 三島良績編者, 核燃料工学 (同文書院)
- 2) 石森富太郎編, 原子炉工学講座5 (培風館)
- 3) T. C. Reuther, K. M. Zwilsky, The Effect of Neutron Irradiation on the Toughness and Ductility of Steels, (鋼の強靱性, 日本鉄鋼協会編, 1972)
- 4) H. R. Higgy and F. H. Hammad, J. Nuclear Materials 55, 177 (1975).
- 5) M. Kangilaski, J. W. Spretank, A. A. Bauer and R. A. Wullaert: ASTM-STP-484-194.
- 6) M. Kangilaski, S. L. Peterson and R. A. Wullaert: BMI-1868.
- 7) R. A. Moen, J. C. Tobin and K. C. Thomas, ASTM-STP-484-409.
- 8) H. H. Yoshikawa, W. N. Mcelroy and R. L. Simons, Nuclear Engineering Design 33, 11 (1975).
- 9) 曾根和穂・白石健介, “原子炉材料の中性子照射損傷の計算” (1976.1)
- 10) J. R. Weir, J. O. Stiegler and E. E. Bloom: ORNL-TM-2258.
- 11) R. W. Lockhart and G. Billuris: Nuclear Metallurgy Vol. IX, 207.
- 12) M. Kangilaski, F. R. Schober, J. A. Demastry and J. E. Gates, BMI-1834.
- 13) F. A. Comprelli, H. J. Busboom and M. F. Gebhart, GEAP-10062.
- 14) W. E. Murr and F. R. Schober, BMI-1621 (1963).
- 15) W. E. Murr and F. R. Schober, etc, BMI-1609 (1963).
- 16) M. Kangilaski, F. R. Schober and J. E. Gates, BMI-1683 (1964).
- 17) R. W. Dayton and R. F. Dickerson, BMI-1694 (1964).
- 18) J. W. Joseph, Jr, DP-534 (1960).
- 19) M. J. Graber and J. H. Ronsick, IDO-16628.
- 20) D. L. Keller, BMI-1862 (1969).
- 21) R. W. Dayton and R. F. Dickerson, BMI-1581 (1962).

謝 辞

本サーベランステストの検討に当り、照射第2課の桜井裕氏、燃料工学部の野村末雄氏、材料工学研究室の近藤達男・中島甫両氏、材料物性研究室の白石健介氏、構造強度研究室の宮園昭八郎氏、照射第3課の伊丹宏治氏および照射第1課の中村罔雄氏から御教示を載いた。報告書脱稿に当り深く感謝したい。

参 考 文 献

- 1) 三島良績編者, 核燃料工学 (同文書院)
- 2) 石森富太郎編, 原子炉工学講座5 (培風館)
- 3) T. C. Reuther, K. M. Zwilsky, The Effect of Neutron Irradiation on the Toughness and Ductility of Steels, (鋼の強靱性, 日本鉄鋼協会編, 1972)
- 4) H. R. Higgy and F. H. Hammad, J. Nuclear Materials 55, 177 (1975).
- 5) M. Kangilaski, J. W. Spretank, A. A. Bauer and R. A. Wullaert: ASTM-STP-484-194.
- 6) M. Kangilaski, S. L. Peterson and R. A. Wullaert: BMI-1868.
- 7) R. A. Moen, J. C. Tobin and K. C. Thomas, ASTM-STP-484-409.
- 8) H. H. Yoshikawa, W. N. Mcelroy and R. L. Simons, Nuclear Engineering Design 33, 11 (1975).
- 9) 曾根和穂・白石健介, “原子炉材料の中性子照射損傷の計算” (1976. 1)
- 10) J. R. Weir, J. O. Stiegler and E. E. Bloom: ORNL-TM-2258.
- 11) R. W. Lockhart and G. Billuris: Nuclear Metallurgy Vol. IX, 207.
- 12) M. Kangilaski, F. R. Schober, J. A. Demastroy and J. E. Gates, BMI-1834.
- 13) F. A. Comprelli, H. J. Busboom and M. F. Gebhart, GEAP-10062.
- 14) W. E. Murr and F. R. Schober, BMI-1621 (1963).
- 15) W. E. Murr and F. R. Schober, etc, BMI-1609 (1963).
- 16) M. Kangilaski, F. R. Schober and J. E. Gates, BMI-1683 (1964).
- 17) R. W. Dayton and R. F. Dickerson, BMI-1694 (1964).
- 18) J. W. Joseph, Jr, DP-534 (1960).
- 19) M. J. Graber and J. H. Ronsick, IDO-16628.
- 20) D. L. Keller, BMI-1862 (1969).
- 21) R. W. Dayton and R. F. Dickerson, BMI-1581 (1962).